

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

📅 Fri. Sep 12, 2025 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 12, 2025 5:45 AM - 7:25 AM UTC 🏢 Room P(AIM3F Meeting Room 315)

[3P08-13] Accident Analysis

Chair: Naoya Odaira (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3P08]

Validation of THERMOS based on OECD/NEA/ROSAU MST experiments using molten prototypic material

(1) Dry conditions

*Retsu KOJO¹, Wataru KIKUCHI¹ (1. Nuclear Regulation Authority)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3P09]

Validation of THERMOS based on OECD/NEA/ROSAU MST experiments using molten prototypic material

(2) Wet conditions

*Wataru KIKUCHI¹, Retsu KOJO¹ (1. Nuclear Regulation Authority)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3P10]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(8) Evaluation of hydrogen generation amount during the TMI-2 accident

*Hiroaki Takanami¹, Koji Nishida¹, Seitaro Sakurai¹, Michio Murase¹ (1. INSS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3P11]

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(9) Evaluation of molten core spreading during the TMI-2 accident

*Koji Nishida¹, Hiroaki Takanami¹, Seitaro Sakurai¹, Michio Murase¹ (1. INSS)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3P12]

Application of Data Assimilation to Flow Analysis of a Jet into a Density Stratified Layer

*Takayuki Wada¹, Masahiro Ishigaki¹, Yoshiyasu Hirose² (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3P13]

Thermal hydraulic evaluation affecting pressurized thermal shock by LOFT experiment analysis with TRACE code

*Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya^{1,2} (1. CRIEPI, 2. Waseda Univ.)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

プロトタイプ溶融物を用いた OECD/NEA/ROSAU MST 実験に基づく THERMOS 妥当性確認

(1) ドライ条件

Validation of THERMOS based on OECD/NEA/ROSAU MST experiments using molten prototypic material

(1) Dry conditions

*小城 烈¹、菊池 航¹

¹ 原子力規制庁

THERMOS を用いて、OECD/NEA/ROSAU MST 実験を対象にした妥当性確認について報告する。

キーワード：ROSAU、プロトタイプコリウム、デブリベッド、溶融物拡がり、THERMOS

1. 緒言

これまでに格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析するため、デブリベッド形成及び冷却解析コード THERMOS を開発した。ここでは、新たに OECD/NEA/ROSAU にて実施された MST 実験の結果を用いて THERMOS の妥当性確認を実施した。

2. MST 実験

OECD/NEA/ROSAU プロジェクトでは、ウラン化合物を含むプロトタイプコリウムを用いて大規模な溶融物拡がり挙動を把握することを目的に MST 実験シリーズが行われた^[1]。このうち MST0 実験は 80 kg、2300 °C の溶融物を堰き止めたゲートからドライ条件のコンクリート上に開放し、溶融物の拡がり挙動を計測した。

3. THERMOS 解析

3-1. THERMOS モデル

THERMOS では、溶融物（又は下部クラスト）と床面との接触熱抵抗を熱抵抗値 R を用いてモデル化している^[2]。ここでは熱抵抗値 R によって溶融物又は下部クラストから床面への熱伝達が支配され、溶融温度を超えたコンクリートは溶融物に混在すると仮定している。また、溶融物には液相線温度と固相線温度が存在し、この温度間では溶融物が液相と固相の二相状態となる。溶融物の実効粘性は溶融物の固相の割合によって変化する。THERMOS には、Ramacciotti モデル^[3]が実装されており、実効粘性に対する固相の影響度に関するパラメータ C_R によって扱うことができる。

3-2. THERMOS 解析結果

既往の実験による妥当性確認に基づきパラメータを設定したケースをベースケースとし、拡がり速度及び溶融物の温度変化に対して、重要かつ影響の大きいと考えられる熱抵抗値及び Ramacciotti モデルにおける固相の影響度に着目し、感度解析を実施した。解析結果を図 1 に示す。ここで、実験結果を黄色塗り潰し、熱抵抗値に着目した解析の結果を丸白抜き及び Ramacciotti モデルに着目した解析の結果を三角白抜きで描画する。熱抵抗値 R が低下することで、溶融物からコンクリート床材への熱伝達が増加した。これにより溶融温度を超えたコンクリートが溶融物に混入し溶融物の固相線温度が数百 °C 低下しすることで、固相の割合が減少したため、溶融物の粘性が低下した。結果として熱抵抗値 R が小さいほど溶融物の拡がりが促進された。

Ramacciotti モデルにおける固相の影響度に関するパラメータ C_R に関する解析結果では、冷却に伴い析出する固相の溶融物の粘性への影響が小さくなるに従って、溶融物の拡がりが促進された。

4. 結論

MST0 実験の解析において、接触熱抵抗値及び Ramacciotti モデルが溶融物の拡がり速度に大きな影響を与えることを明らかにした。また THERMOS ではこれらのパラメータを用いて、MST0 実験のような大規模なプロトタイプコリウムを用いたドライ条件での溶融物の拡がり挙動を良好に再現することができることを明らかにした。

参考文献

- [1] OECD/NEA Reduction of Severe Accident Uncertainties (ROSAU) Project, https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_25254/reduction-of-severe-accident-uncertainties-rosau-project
- [2] Farmer, M. et al., CORQUENCH: A model for gas sparging-enhanced, melt-water, film-boiling heat transfer, Transactions of the American Nuclear Society (1990).
- [3] Ramacciotti, M. et al., Viscosity models for corium melts, Nuclear Engineering and Design. Vol. 204, pp. 377–389 (2001).

*KOJO Retsu¹, KIKUCHI Wataru¹

¹ Nuclear Regulation Authority (NRA)

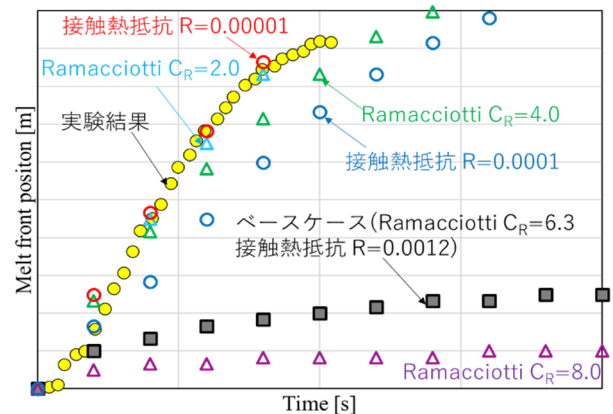


図 1 MST0 解析結果

プロトタイプ溶融物を用いた OECD/NEA/ROSAU MST 実験に基づく THERMOS 妥当性確認

(2) ウェット条件

Validation of THERMOS based on OECD/NEA/ROSAU MST experiments using molten prototypic material

(2) Wet conditions

*菊池 航¹、小城 烈¹

¹原子力規制庁

THERMOS を用いて、OECD/NEA/ROSAU MST 実験を対象にした妥当性確認について報告する。

キーワード：ROSAU、プロトタイプコリウム、デブリベッド、溶融物拡がり、THERMOS

1. 緒言

これまでに、格納容器内におけるデブリベッド形成過程を解析するため THERMOS を開発した。ここでは、MST 実験の結果を用いて THERMOS の妥当性確認を実施した。

2. MST 実験

OECD/NEA/ROSAU プロジェクト^[1]では、ウラン化合物を含むプロトタイプコリウムを用いて大規模な溶融物拡がり挙動を把握することを目的に MST 実験シリーズが行われた。その中でも MST2~4 では、ノズルから約 300 kg、2300 °C の溶融物を水中へ放出し、その際の溶融物拡がり挙動を計測した。

3. THERMOS 解析

3-1. THERMOS モデル

THERMOS では、溶融物（又は下部クラスト）と床面の間の接触熱抵抗を抵抗値 R を用いてモデル化している^[2]。Ramacciotti モデルを適用し、溶融物の液相粘性、固相割合及び固相割合の調整係数 C_R を使用することで液相と固相の二相状態における溶融物の粘性を取り扱う^[2]。また、溶融ジェットと床面の間に閉じ込められた水が沸騰し溶融物が細分化することで伝熱面積の増加する挙動を溶融ジェットクエンチモデル^[3]として取り扱う。

3-2. THERMOS 解析結果

本報では、MST 実験シリーズから高温条件の MST2 を選定して対象とした解析を報告する。ベースケースでは、実験条件及び既往の妥当性確認において設定されたモデルパラメータを適用した。MST0 解析^[2]において着目したパラメータ及び溶融ジェットクエンチモデルに着目して 4 ケースの感度解析を実施した。解析結果を図 1 に示す。ベースケースでは、溶融物先端位置及び速度を過小評価した。ベースケースに比べて、MST0 解析^[2]において着目した抵抗値 R 及び Ramacciotti モデルにおける固相割合の調整係数 C_R を調整した場合は、溶融物先端速度が増加した。その結果、これらの感度解析結果は、実験によって計測された溶融物先端位置履歴を再現した。一方で、溶融ジェットクエンチモデルを適用した場合は、伝熱面積増加に伴い溶融物が冷却し、ベースケースに比べて早期に溶融物拡がりが停止した。これらの感度解析から、接触熱抵抗における抵抗値 R 、Ramacciotti モデルにおける固相割合の調整係数 C_R 及び溶融ジェットクエンチモデルは水中の溶融物拡がりに影響を与えることが明らかになった。しかし、水中における溶融デブリ拡がりは複数の現象が重畳しており、THERMOS 解析における単一のパラメータを変化させたことでは、実験によって計測された最終的な拡がり距離を含めた拡がり挙動を再現することはできなかった。

4. 結論

MST0 解析^[2]において着目したパラメータ及び溶融ジェットクエンチモデルが水中の溶融物拡がり挙動に大きな影響を与えることが明らかになった。溶融物拡がり速度は着目したパラメータの影響を考慮することで評価できるが、最終的な拡がり距離は他の物理要因も考慮する必要性が明らかになった。

参考文献

[1] OECD/NEA Reduction of Severe Accident Uncertainties (ROSAU)

Project, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_25254/reduction-of-severe-accident-uncertainties-rosau-project

[2] 小城、菊池、OECD/NEA/ROSAU MST 実験に基づく THERMOS 妥当性確認 (1) ドライ実験、日本原子力学会 2025 年秋の大会

[3] Wataru KIKUCHI et. al., Development of molten jet quench model for shallow pool based on PULiMS-E10 test, Mechanical Engineering Journal. 24-00463.

*KIKUCHI Wataru¹, KOJO Retsu¹

¹ Nuclear Regulation Authority (NRA)

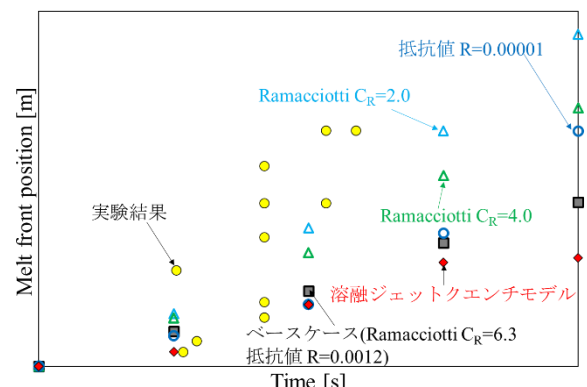


図 1 MST2 解析結果

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(8) TMI-2 事故時の水素発生量の検討

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(8) Evaluation of hydrogen generation amount during the TMI-2 accident

*高浪 祐明、西田 浩二、櫻井 征太郎、村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、事故時の水素発生量について感度解析をした結果、炉心で蒸気流れが閉塞しないケースでは、水素発生量は TMI-2 測定値に近い値を示すことがわかった。

キーワード： TMI-2、シビアアクシデント、燃料損傷、リロケーション、MAAP5、水素

1. 緒言 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、事故時の水素発生量を解析した結果、RCP 再起動時の約 174 分の TMI-2 測定値 300kg をほぼ予測し、以降はほぼ一定となった。一方、再起動後の約 194 分の TMI-2 測定値は 460kg であるため、水素発生量の影響因子を選定し感度解析をした。

2. MAAP5 による水素発生量の感度解析 本研究では TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、炉心の熱流動に及ぼす影響を初期条件、境界条件で与えた。MAAP5 で計算したベースケースの炉心のコラプス水位を図 1 に示す。RCP が停止している 100 分から 174 分の水位は、前報[1]と同じ水位とした。TMI-2 では約 174 分に RCP を再起動しており、炉心水位が回復している。TMI-2 の総合報告書[2]に 200 分時点の水位は約 2m との記載があるため、これに近い水位となっている ASTEC[3]の水位に合うように、174 分から 200 分の注水流量を調整した。また、高圧注水を開始する 200 分以降の水位は、ASTEC で解析していないため、MARCH3[4]の水位に合うように注水流量を調整した。

水素発生量の影響因子として、炉心水位、ジルコニウム-水反応速度、膜沸騰熱伝達率、炉心上部燃料棒のコラプス条件、および蒸気流れ閉塞条件を選定し、各影響因子別に感度解析をした。解析の結果、蒸気流れの閉塞条件以外の場合、水素発生量は若干増加する程度であったが、蒸気流れの閉塞条件で蒸気流れが閉塞しないケースでは、TMI-2 測定値に近い値を示した。解析結果を図 2 に示す。水素発生量は、約 157 分まではベースケースとはほぼ同様の推移となった。約 157 分以降、ベースケースではほぼ一定となるのに対し、蒸気流れが閉塞しないケースでは約 174 分の RCP の再起動直後まで増加し、約 194 分では 400kg になることがわかった。これは蒸気流れが閉塞しないことにより、蒸気が炉心全域に流入し、ジルコニウム-水反応が維持されたためと考えられる。

参考文献 [1] 高浪ら, 原子力学会 2025 年春の年会. [2] J. R. Wolf et al., NUREG/CR-6197(1994). [3] G. Bandini, F. D. Rosa, NED 272 (2014). [4] TMI-2 Analysis Exercise Task Group, NEA/CSNI/R(91)8(1992)

* Hiroaki Takanami, Koji Nishida, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

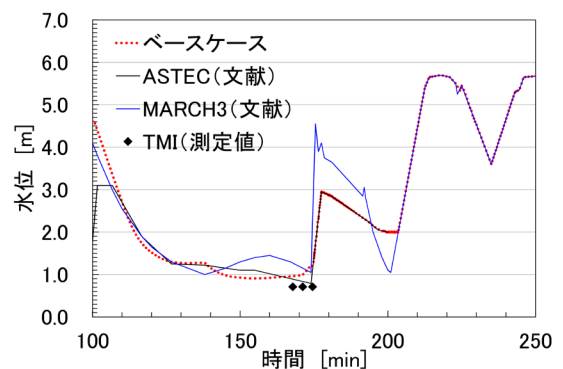


図 1 炉心のコラプス水位

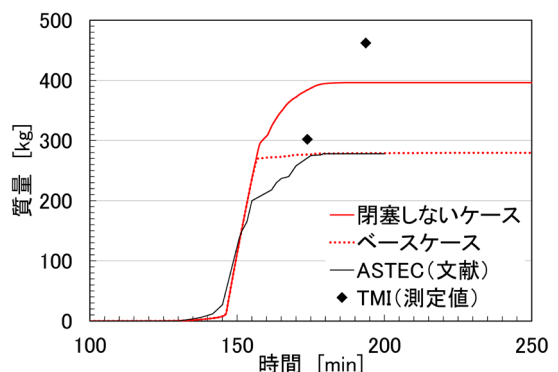


図 2 水素発生量

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(9) TMI-2 事故時の炉心溶融領域の広がり評価

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(9) Evaluation of molten core spreading during the TMI-2 accident

*西田 浩二、高浪 祐明、櫻井 征太郎、村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 事故時の炉心損傷、リロケーション、炉心溶融物を含む領域の広がりについて MAAP5 で評価し、溶融物の下部プレナムへ落下する時間が調査報告とほぼ一致する結果を得た。

キーワード：TMI-2、シビアアクシデント、燃料損傷、リロケーション、MAAP5、炉心溶融

1. 緒言 TMI-2 事故時には、RCP 再起動により炉心が冠水した後も炉心損傷、リロケーションが進み、炉心溶融領域が広がって溶融物の一部が下部プレナムに落下した。本報告で MAAP5 を用いて、TMI-2 事故時の炉心損傷、リロケーション、溶融物を含む領域の広がりについて評価した結果を報告する。

2. 溶融炉心広がり評価 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系、炉心水位の設定条件は前報[1]と同じである。

MAAP5 で評価した炉心中央の被覆管温度を図 1 に示す。高さ 0.4m の被覆管温度は事故後も炉水中であるために大きな変化がない。高さ 1.6m、2.3m の被覆管温度は炉心水位の低下によって被覆管が蒸気中に露出して上昇し、RCP を再起動した 174 分後に冠水したにもかかわらず上昇して 3000K 以上に達した。高さ 3.1m、3.9m の被覆管温度は蒸気中への露出と、その後のジルコニウム-水反応により急上昇し、被覆管がリロケーションして計算が終了した。

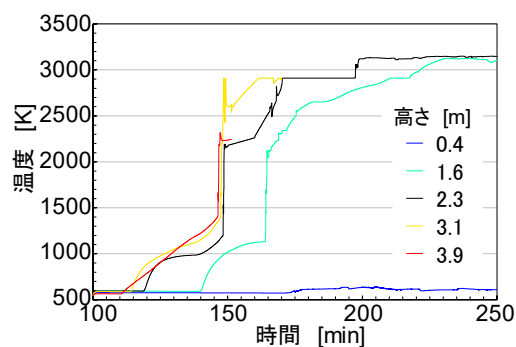


図 1 被覆管温度

高さ方向の質量分布を図 2 に示す。RCP を全台停止する 100 分までは炉心を冷却材が循環し、健全な炉心形状を維持した。その後、炉心水位が低下して、炉心損傷、リロケーションにより炉心上部の質量は低下し、RCP を再起動した 174 分では炉心上部の質量は 0kg に達した。下部プレナムに溶融物が落下したとされる調査報告[2]の時間 (225 分頃) に近い 224 分では、炉心上部の質量が低下し、中央領域 (高さ 1.5~2.5m) の質量が増大した。

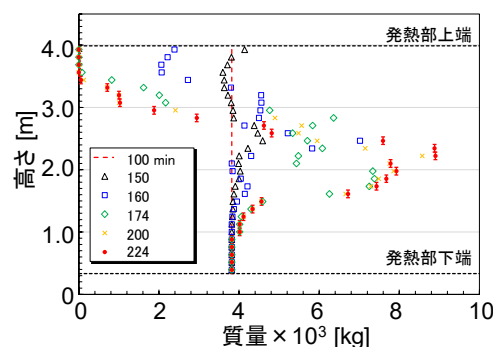


図 2 質量分布

溶融物を含む領域の広がり径を図 3 に示す。広がり径は炉心径で規格化した。溶融物は約 148 分で生じ、174 分で RCP を再起動して炉心が冠水することで広がり速度は遅くなる。溶融物の一部が下部プレナムに落下したとする調査報告の時間 225 分頃には、溶融物を含む領域が炉心径まで広がる結果を得た。

参考文献 [1] 高浪ら, 原子力学会 2025 年春の年会.[2] 渡会ら, 原子力学会誌, Vol.32 No.4 (1990).

* Koji Nishida, Hiroaki Takanami, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

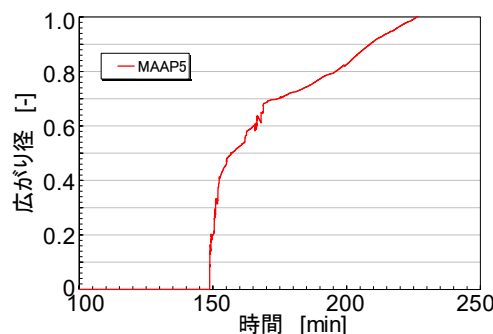


図 3 溶融物を含む領域の広がり径

密度成層下における噴流の流動解析へのデータ同化の適用

Application of Data Assimilation to Flow Analysis of a Jet into a Density Stratified Layer

*和田 高幸¹, 石垣 将宏¹, 廣瀬 意育²

¹ 福井大, ² JAEA

本研究では、密度成層条件下での噴流の CFD 解析に対して、データ同化の手法として局所アンサンブル変換カルマンフィルタを適用し、CFD 解析精度向上のためのデータ同化の条件について検討した。

キーワード：データ同化，局所アンサンブル変換カルマンフィルタ，数値流体力学，密度成層

1. 緒言 過酷事故時，原子炉格納容器内部では 3 次元的流体挙動が支配的となり，解析には数値流体力学（CFD）が有効である。本研究では，観測データと計算データを融合するデータ同化を，密度成層に噴流が貫入する流れ場の CFD に適用し，解析精度向上に有効な条件を検討する。

2. 解析条件 計算モデルは円筒形の容器で，水平方向を x , y 軸，鉛直方向を z 軸とする。容器内部にノズルがある。時刻 0~5 秒にノズル上面から空気雰囲気中にヘリウムを注入し，5~10 秒にかけて注入を停止することで容器上部にヘリウムの密度成層を形成する。時刻 10 秒以降は再度ノズルからヘリウムおよび空気を注入する。成層中での空気，ヘリウムの噴流挙動を解析対象とする。データ同化の有効性評価のため，本研究では双子実験を行った。時刻 10 秒以降のノズルの流入境界条件を $(U_x, U_y, U_z) = (0, 0.1, 1.0)$ とし，この条件での結果を真値とする。 U_x, U_y, U_z はそれぞれ x , y , z 方向の速度成分である。ノズルの流入境界条件を $(U_x, U_y, U_z) = (0, 0.11, 1.1)$ とし，真値のヘリウム質量分率分布を $\tanh$ 関数により近似した分布を初期条件とした計算をベースケースとする。ベースケースに対して，時刻 11 秒から 0.1 秒おきに局所アンサンブル変換カルマンフィルタ[1]を適用した。速度，温度，ヘリウム質量分率を観測した。観測点配置は，水平面内で 17 点あるものを p17-1, p17-2, 33 点あるものを p33-1 とし，高さ方向に 0.1m ごとに配置した。p17-2 は，p17-1 より噴流近傍に観測点を集中させたケースである。図 1 の左はヘリウム質量分率，右は主流方向（ z 成分）速度の Root Mean Square Error (RMSE)を示す。ベースケースの結果（赤の破線）と比較すると，データ同化によって RMSE が低下したことがわかる。p17-1 と p17-2 から，噴流近傍へ観測点を集めることでヘリウム質量分率，速度場の解析精度が向上した。最も観測点数の多い p33-1 では，p17-2 に比べヘリウム質量分率の誤差は大きくなったが，速度場については最も高い解析精度が得られた。

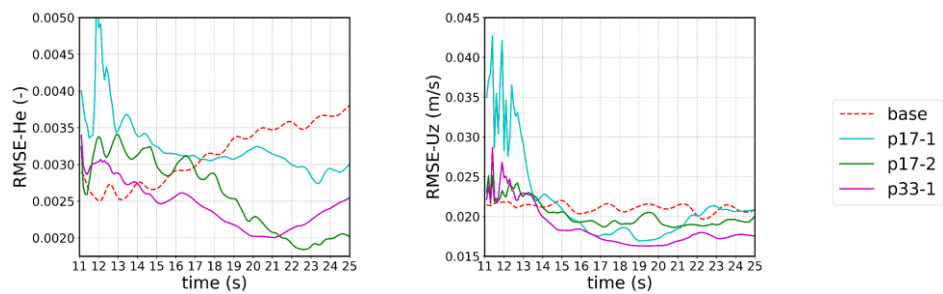


図 1. ヘリウム質量分率，速度 z 成分の RMSE

3. 結言 密度成層へ貫入する噴流の CFD 解析に対し，データ同化により誤差が低下し解析精度が向上した。特に観測点を噴流近傍に配置することで，ガス濃度，速度の再現性が高まることが示された。水平断面での観測点配置が解析精度に影響することが分かった。

参考文献 [1] Hunt, B.R. et al., Physica D, 230, 112-126, 2007.

謝辞 本研究の成果は JSPS 科研費 JP23K04629 の助成を受けたものです。

*Takayuki Wada¹, Masahiro Ishigaki¹, Yoshiyasu Hirose²

¹University of Fukui, ²JAEA

TRACE コードによる LOFT 試験解析を通じた 加圧熱衝撃に係る熱水力現象評価

Thermal hydraulic evaluation affecting pressurized thermal shock by LOFT experiment analysis
with TRACE code

*大川 理一郎¹, 古谷 正裕^{1,2}

¹電中研、²早稲田大

大破断冷却材喪失事故(LOCA)を模擬した LOFT 試験ケース L2-5^[1]を対象に、原子炉システム解析コード TRACE を用いて事象進展解析を行い、試験結果との比較を通じて熱水力挙動が加圧熱衝撃(PTS)の評価因子となる原子炉圧力容器(RPV)壁の伝熱特性に及ぼす影響を評価した。

キーワード：TRACE、加圧熱衝撃(PTS)、LOFT 計画、冷却材喪失事故(LOCA)、原子炉圧力容器(RPV)

1. 緒言 RPV の健全性評価において重要な PTS は、RPV 内の熱水力挙動がその影響因子となり、技術規程(JEAC4206)では PTS 評価を要する起因事象の 1 つに大破断 LOCA が挙げられている。そこで本研究は、米国における LOFT 計画のうち PWR コールドレグ両端破断を模擬した試験ケース L2-5 を取り上げ、TRACE を用いて再現解析を行い、PTS に影響を及ぼす RPV ダウンカマにおける熱水力現象の評価を目的とする。

2. 解析体系 図 1 に LOFT 試験における RPV の解析ノーディングを示す。円筒座標系の三次元熱流動を取扱える VESSEL コンポーネントを用いてモデル化し、軸方向(z)に 12 分割、径方向(r)に 4 分割、周方向(θ)に 4 分割としている。ループ配管は健全側・破断側の 2 系統が z=11 に接続される。RPV 壁は内部の熱伝導及び周囲流体との熱伝達計算を取扱える HTSTR コンポーネントを用いてモデル化し、内側境界として RPV ダウンカマの流体との熱伝達を与え、外側境界は断熱条件とする。解析条件は L2-5 の試験条件に準拠し、破断開始直後に原子炉スクラム及びポンプトリップが発生し、非常用炉心冷却系(ECCS)は蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系が健全側ループで作動する。

3. 解析結果及び考察 図 2 に試験と解析の比較として BC 流量の時間履歴を示す。両者は概ね整合したトレンドを示しているが、解析では約 20 秒後から一時的な上昇が見られる。これは ECCS 開始時刻に合致しており、ECC の一部が破断側ループに流出するバイパス現象を示しているものと思われる。一方、試験では約 40 秒後以降に脈動的な ECC バイパスと思われる現象が計測されており、その発生時期と流量配分との整合性が TRACE 解析モデルに対する課題として挙げられる。

図 3 にダウンカマ領域におけるボイド率及び内壁温度分布の時間履歴を示す。ボイド率は BC の接続ノードが先行して低下を示し、一方で ECC の供給口である IC の下方ノードには顕著な低下が見られず、ここでも ECC バイパスの傾向が見られる。内壁温度も IC は接続ノードでのみ顕著な低下が見られ、下方領域では他の周方向ノードと概ね同じ時間履歴を示している。さらに最下部では 40 秒以降で若干の温度上昇が見られるが、これは炉心からの高温気相流の逆流による影響と考えられる。

4. 結論 TRACE コードを用いて LOFT 試験における大破断 LOCA 解析を行い、PTS に影響を及ぼす熱水力挙動の再現性を確認した。

謝辞 本研究は、原子力規制庁委託事業「令和 6 年度原子力施設等防災対策等委託費（鋼材急冷時の熱伝達試験）」の一部として実施した。

参考文献 [1] NUREG/CR-2826-EGG-2210, 1982.

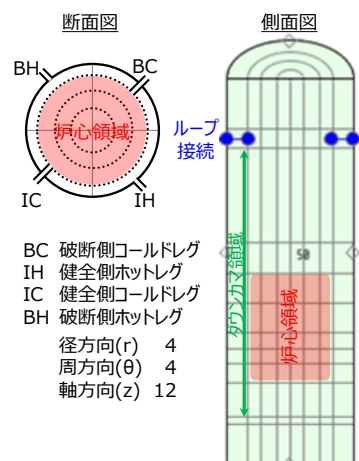


図 1 RPV の解析ノーディング

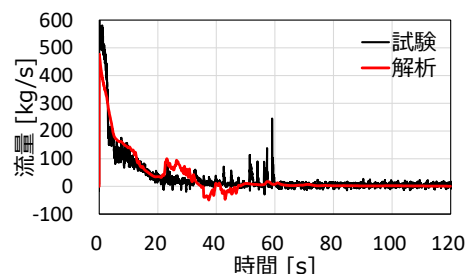


図 2 BC 流量の時間履歴

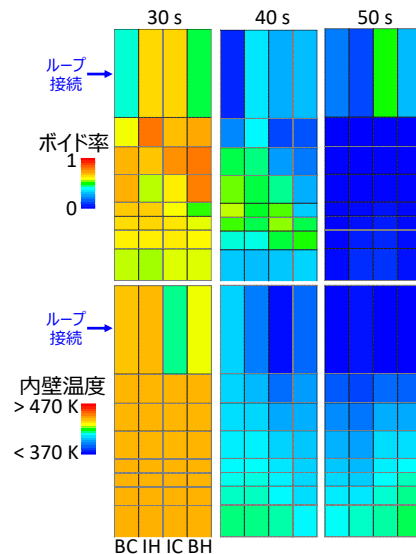


図 3 ダウンカマ領域の物理量の時間履歴

*Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya^{1,2}

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, ²Waseda University